

行政院原子能委員會放射性物料管理局
104 年度委託研究計畫

核能電廠除役低放射性廢棄物管理
之安全審查技術研究
104FCMA009

子項計畫二：核能設施除役產生之放射性廢棄物處理
管制技術研究

期末報告

執行人：義守大學 王詩涵、黃美利

ISU104-GOV-12

放射性物料管理局

中華民國 104 年 12 月

目錄

第一章 前言.....	1
第二章 國內外規範放射性廢棄物相關法規.....	3
2.1 國內對核能設施除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規.....	3
2.1.1 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫導則	3
2.1.2 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫審查導則.....	6
2.2 國外對核能設施除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規.....	17
2.2.1 美國核管理委員會條例.....	17
2.2.1.1 綜合除役導則	17
2.2.1.2 NMSS 除役標準審查計畫.....	19
第三章 固體放射性廢棄物處理	20
3.1 除役電廠固體廢棄物處理程序	21
3.2 相關廢棄物的產生、估計及分類	22
3.3 除污時固體放射性廢棄物最小化	30
3.3.1 最小化最主要的策略	32
3.3.2 最小化技術	34
3.3.3 廢棄物減容技術	35
3.3.3.1. 焚燒減容技術.....	36
3.3.3.2 壓實技術.....	39
3.3.3.3 固化技術.....	41

3.4 固體廢棄物除污方法的探討.....	45
3.4.1 化學除污程序.....	47
3.4.2 物理除污方法.....	58
3.4.3 除役大量廢棄物之除污.....	63
第四章 結論.....	66
第五章 建議	67
參考文獻.....	69

圖目錄

圖 1 標準核電設施除役程序	21
圖 2 IAEA 所提之放射性廢棄物最小化處理流程.....	32
圖 3 各種商用多步驟除污技術之比較.....	51

表目錄

表 1 各種反應器除役時平均廢棄物拆卸、處理及處置佔主要支出之比例	20
表 2 放射性廢棄物之分類.....	23
表 3 各國反應中的反應堆及除役所產生中、低放固體廢棄物的體積比較	24
表 4 美國三個核電廠除役經驗得各類廢棄物量.....	25
表 5 美國運行 40 年核電廠除役所產生的廢棄物量	26
表 6 除污時不同反應器所產生的廢棄物估計量.....	26
表 7 德國 PWR 及 BWR 除役拆卸物料量.....	27
表 8 目前各國放射性物質處置標準之比較.....	28
表 9 放射性廢物焚燒減容和壓實減容的比較.....	41
表 10 三種固化方法之比較.....	44
表 11 常用商用的多步驟化學除污程序之比較	50
表 12 部份核能電廠解體前系統除污採用方法一覽表.....	51
表 13 三種不同銻離子氧化除污程序之比較.....	53
表 14 化學除污技術與電化學除污技術之優缺點比較.....	56
表 15 機械法及化學/電化學除污性質比較	61
表 16 各種除污技術的可應用範圍.....	62
表 17 針對金屬拆卸前之材料進行除污.....	64
表 18 混凝土、泥土及建物之除污.....	65

摘要

本計畫主要蒐集並分析整理國際上核能電廠的除役報告資料，可以瞭解各國在廢棄物處理管理程序和作法，對未來國內管制單位進行核能電廠除役計畫在「核能設施除役產生之放射性廢棄物處理管制技術研究」方面，提供初步建議。研究重點分為下列四項：

1. 蒐集分析核能設施除役可能產生之固體放射性廢棄物估算技術資訊。
2. 蒐集分析降低除役產生之固體放射性廢棄物可行技術資訊。
3. 蒐集分析除役所產生大量放射性固體廢棄物的處理技術資訊。
4. 研提我國核能電廠除役因應之管制建議案。

Abstract

In this sub-project, we aim to investigate the treatment of solid radioactive waste treatment and waste management techniques by summarizing the achievements and experience of the radioactive waste treatment techniques from Europe, US and other developed countries. It was focused on the following parts:

1. The estimation of the quantity of solid radioactive waste in the decommissioning.
2. Study the status-of-the-art of solid radioactive waste treatment techniques for the decommissioning.
3. Investigate the minimization techniques of the large of amount solid radioactive waste from decommissioning of nuclear power plant.
4. We also proposed a proper management technique for solid radioactive waste treatment for nuclear power plant decommissioning.

第一章 前言

由於除役將產生大量不同種類廢棄物，為了讓廠址永久安全及恢復廠址盡可能再利用，本計畫針對核能設施除役產生之放射性廢棄物處理的技術研究深入的探討，參考國外經驗與國內技術運作現況，分析探討放射性廢棄物處理的各式方法，給予客觀的建議，以提升審查之客觀性。研究之具體目標如下：

1. 蒐集分析核能設施除役可能產生之固體放射性廢棄物估算技術資訊。
2. 蒐集分析降低除役產生之固體放射性廢棄物可行技術資訊。
3. 蒐集分析除役所產生大量放射性固體廢棄物的處理技術資訊。
4. 研提我國核能電廠除役因應之管制建議案。

本研究將含括以上四個目標，針對以下重點進行研究：

1. 國內外相關法規，及導則進行分析比較
2. 除污固體放射性廢棄物處理，包括
 - (a) 相關廢棄物的產生、估計及分類；
 - (b) 廢棄物最小化技術；
 - (c) 固體廢棄物除污方法的探討；

3. 收集國際核電廠對廢棄物處理的經驗。

藉由上述三項工作，將會針對除役時所產生之固體廢棄物處理所彙整之結果在除役計畫審查中，對國內核能電廠除役因應之管制建議案。

第二章 國內外規範放射性廢棄物相關法規

台灣的除役工程目前已有法規規範著，業者(台電)須根據放射性物料管理局於2014年9月所訂定之「核子反應器設施除役計畫導則」，撰寫除役計畫，並且訂定「核子反應器設施除役計畫審查導則」，做為未來審查除役計畫之參考。由於除役時，有大量的除役廢棄物產生，廢棄物的處理方式再核子反應器設施除役計畫導則第八章及第九章有明確的規範。

於廢棄物審查導則中，針對對應的法則相關審查要點，作為後續審查之參考依據，本研究主要針對放射性固體廢棄物之處理進行討論。

由於國內核電廠尚未有放射性廢棄物之最終處置場，2004年訂定「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，放射性廢棄物之活度或比活度符合規定限值以下者，得予外釋，藉此建立解除管制限值，將符合標準的部分解除限制，可降低除役放射性廢棄物的數量，減輕後續的處理、貯存及處置等負擔。

2.1 國內對核能設施除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規

2.1.1 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫導則 103.09.19

章節	除役計畫章節內容	章節	除役計畫章節內容
1	綜合概述	10	輻射劑量評估及輻射防護措施
2	設施及廠址環境說明	11	環境輻射監測
3	設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響	12	組織及人員訓練
4	廠址與設施之特性調查及評估結果	13	核子保防物料及其相關設備之管理
5	除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式	14	保安措施
6	除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序	15	品質保證方案
7	除役期間預期之意外事件安全分析	16	意外事件應變方案
8	除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理	17	廠房及土地再利用規劃
9	除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃		

第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃

一、放射性廢棄物之類別、特性、數量：

- (一) 說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。
- (二) 說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。
- (三) 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。
- (四) 說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。

二、減量措施

說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物外釋處理方式等，規劃採行之減量措施。

三、放射性廢棄物之處理

說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。

四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

(一) 運送：說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。

(二) 貯存：說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

(三) 處置：說明除役計畫對應於低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。

五、用過核子燃料之運送、貯存及處置

(一) 運送：說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。

(二) 貯存：說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應說明用過核子燃料再

取出之考量。

(三) 處置：說明除役計畫對應於用過核子燃料處置計畫之間的整合規劃措施。

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施

三、輻射防護措施

依各階段設施除役之作業特性、處理放射性廢棄物之活度與特性及「合理抑低」之原則，說明其輻射防護措施。

2.1.2 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫審查導則 103.09.26

章節	除役計畫章節內容	章節	除役計畫章節內容
1	綜合概述	10	輻射劑量評估及輻射防護措施
2	設施及廠址環境說明	11	環境輻射監測
3	設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響	12	組織及人員訓練
4	廠址與設施之特性調查及評估結果	13	核子保防物料及其相關設備之管理
5	除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式	14	保安措施
6	除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序	15	品質保證方案
7	除役期間預期之意外事件安全分析	16	意外事件應變方案
8	除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理	17	廠房及土地再利用規劃
9	除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、		

一、綜合概述

(三) 審查要點與接受基準

2.除役目標及範圍

B. 除役階段如何配合國內用過核子燃料管理策略，以及低放射性廢棄物處置之現況。

C. 除役所改建或新建之設施，例如用過核子燃料獨立貯存設施(乾或濕式)、低放射性廢棄物處理設施、低放射性廢棄物貯存設施及廢棄土石堆置場等，亦必須在本章節中有明確的說明，包括設施類型、設置地點、設置時程規劃等。

三、設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響

(二) 程序審查

3.低放射性廢棄物貯存管理說明應包括貯存總量、廢棄物種類及主要核種、活度。

(三) 審查要點與接受基準

1.除役時程

C. 申請者在規劃除役各階段之時程，亦須說明考量國內用

過核子燃料及放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫的綜合規劃結果。

2. 拆除作業

K. 本項拆除作業得併同「第九章、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理運送、貯存與最終處置規劃」，以及「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」進行審查；拆除作業可能發生之意外事件得併同「第七章、除役期間預期之意外事件安全分析」、「第十六章、意外事件應變方案」進行審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核關於除役各階段之目標及時程。審查人員應評估申請者之廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法、時序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計，以確認拆除作業使用之設備、方法及安全作業程序可安全地執行。對於具活化效應之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備等資訊，若申請者現階段尚無法提供詳實之細部技術資料，申請者應於本章內交代未來的提出時程。審查人員應確認已提出之初步資訊是否合理、是否影響後續放射性廢棄物的管理規劃。審查人員亦應確認申

請者已承諾之提報時程合理，且不致影響整體除役之時程規劃。

九、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理運送、貯存與最終處置規劃

(一) 審查範圍

審查人員參考核子反應器設施除役計畫導則，審查本章的範圍包括：一、放射性廢棄物之類別、特性、數量；二、減量措施；三、放射性廢棄物之處理；四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置；五、用過核子燃料之運送、貯存及處置。

(二) 程序審查

- 1.說明除役放射性廢棄物之類別與數量。
- 4.說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性與空間劑量率等特性。
- 7.說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。
- 8.低放射性廢棄物之運送、貯存及處置相關規劃措施。

(三) 審查要點與接受基準

- 1.放射性廢棄物之類別、特性、數量
 - A. 廢棄物數量及特性

(A)申請者必須說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。

(B)本項放射性廢棄物數量指除役計畫執行完畢後可能產生的待處理除役放射性廢棄物總量，單位得以立方公尺或相當於標準桶數表示。

B. 廢棄物來源、類別、型態、數量

(A)申請者必須說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態與數量。

(C)除役廢棄物分類應包含預估處理後的 A 類、B 類、C 類與超 C 類數量等低放射性廢棄物，以及如用過核子燃料之高放射性廢棄物。

C. 廢棄物輻射特性

(A)申請者必須說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性與空間劑量率等特性。

3.放射性廢棄物之處理

A. 申請者必須說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法與處理量，以及使用的盛裝容器等。

- B. 處理設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。
- C. 盛裝容器應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。
- D. 若有為配合除役放射性廢棄物而新建的處理設施，應特別注意其適法性與安全性之審查。

4. 低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

A. 運送

(A)申請者必須說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。

(B)放射性廢棄物運輸應符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」相關規定。

(C)盛裝容器應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

B. 貯存

(A)申請者必須說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

(B)貯存設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理

貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

(D)若有為配合除役放射性廢棄物而新建的貯存設施，

應特別注意其適法性與安全性之審查。

C. 處置

(A)申請者必須說明除役計畫與低放射性廢棄物處置計

畫之間的整合規劃措施。

(B)前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，

由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新

版處置計畫為準。審查人員應確認除役低放射性廢

棄物已確實被納入處置計畫考量，且處置時程與處

置數量並無牴觸，或者有提出可行的替代方案。

5.用過核子燃料之運送、貯存及處置

B. 貯存

(B)貯存設施及作業應符合「放射性廢棄物處理貯存及

其設施安全管理規則」相關規定。

C. 處置

(B)前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，

由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新

版處置計畫為準。審查人員應確認用過核子燃料已確實被納入處置計畫考量，且處置時程與處置數量並無牴觸，或者有提出可行替代方案。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出的放射性廢棄物類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置等的規劃作法，進行定性或定量之安全審查，以確認符合下列各項要求：

- 1.放射性廢棄物之類別、特性、數量資料完整。
- 2.放射性廢棄物減量措施合理可行。
- 3.放射性廢棄物處理規劃合理可行。
- 4.低放射性廢棄物運送、貯存及處置合理可行。

(五) 相關法規與技術規範

- 3.放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。
- 5.放射性廢棄物運作許可辦法。
- 6.一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法。

十、輻射劑量評估及輻射防護措施

(二) 程序審查

- 5.除役各階段若涉及放射性廢棄物運送、暫時貯存等，須說

明作業期間對作業人員的曝露途徑及其輻射劑量影響評估方法與結果。

(三) 審查要點與接受基準

1. 民眾劑量評估

- C. 申請者是否詳實說明除役各階段及放射性廢棄物運送、暫時貯存，對一般民眾可能造成的輻射劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。

2. 作業人員劑量評估

- A. 申請者必須依據規劃之除役時程，依照各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序，說明除役主要活動對作業人員的輻射劑量評估或輻射安全分析結果。活動包括移除燃料、系統拆除作業與各階段放射性廢棄物處理、運送、處置。審查人員須確認除役計畫中上述結果之完整性，各輻射評估流程是否合理明確，涵蓋的範圍足夠提供可用的數據及分析資料。
- D. 申請者必須說明除役之放射性廢棄物處理、運送、暫時貯存等作業，並提供其對作業人員的曝露途徑及其輻射劑量影響評估方法與結果。

3.輻射防護措施

- A. 申請者是否依各階段設施除役之作業特性及處理放射性廢棄物之活度與特性，說明其輻射防護措施；並依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」與相關規定，撰寫輻射防護計畫
- C. 前述說明宜包括輻射防護管理組織與任務區分、人員防護、人員訓練、人員劑量、醫務監護、管制區劃分及區域管制作業、輻射監測、執行除役作業時之防護措施、除役作業及放射性廢棄物管理之輻射管制等作業。

十一、環境輻射監測

(三) 審查要點與接受基準

- 6.環境輻射監測相關紀錄的保存期限應有明確的規定，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A.環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；
- B.放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整

保存至監管期結束為止；C.環境輻射監測季報應保存3年，
環境輻射監測年報應保存10年。

十二、組織及人員訓練

(三) 審查要點與接受基準

2.人員訓練方案

C. 前述說明宜檢附圖表以利審查。本項得併同「第六章、除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序」、「第九章、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃」、「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」、「第十六章、意外事件應變方案」等相關章節進行審查。

十四、保安措施

(二) 程序審查

3.說明物品管制作業程序，包含放射性廢棄物管制。

(三) 審查要點與接受基準

3.物品管制

B. 前項管制宜包含放射性廢棄物管制。

2.2 國外對核能設施除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規

2.2.1 美國核管理委員會條例US Nuclear Regulatory Commission Regulation

2.2.1.1 綜合除役導則 Consolidated Decommissioning Guidance NUREG-1757 Vol. 1, Rev. 2

17.5 除役計畫 –放射性廢棄物管理計畫(Decommissioning Plan: Radioactive Waste Management Program)

17.5.1 固體放射性廢棄物(Solid Radioactive Waste)

針對除役過程中產生的固體放射性廢棄物管理的說明進行審查的目的是為了確保運轉組織(licensee)提出來管理廢棄物的方式能保護公眾健康和 safety 以及廢棄物的處理與丟棄皆能符合 NRC 的要求。這些資訊也可提供工作人員評估潛在意外事故和估算除役成本。

接受基準 Acceptance Criteria

需提供資料：Information to be Submitted

評估結果 Evaluation Findings

評估標準 Evaluation Criteria

員工必須確認運轉組織(licensee) 的固體放射性廢棄物管理計畫須符合 NRC 在 10 CFR Part 20, Subpart K, 10 CFR 61.55, 61.56, 61.57 and 71.5 的要求。

樣品評估結果 Sample Evaluation Findings

NRC 員工必須根據除役導則第一冊 17.5 章節審查運轉組織的固體放射性廢棄物管理計畫之說明(Decommissioning Consolidated Guidance, Volume 1, Section 17.5 - “Decommissioning Plan: Radioactive Waste Management Program”)。

附錄G Appendix G

10.0 放射性廢棄物管理計畫(Radioactive Waste Management Program)

10.1 固體放射性廢棄物 Solid Radioactive Waste

NRC 員工可以結合運轉組織的固體放射性廢棄物管理計畫說明的評估結果和其他方面之結果，根據除役導則第一冊 17.5 章節(放射性廢棄物管理計畫)審查而決定運轉組織於除役過程產生的放射性廢棄物管理計畫是符合要求的。

2.2.1.2 核材料的安全和保障除役標準審查計劃 NMSS (Nuclear Material Safety and Safeguards) Decommissioning Standard Review Plan

NUREG-1727 Rev 0 9/15/00

12.0 Radioactive Waste Management Program

12.1 Solid Radioactive Waste

接受基準 Acceptance Criteria

法規要求 Regulatory Requirements

* 10 CFR Part 20, Subpart K, 10 CFR 61.55, 61.56, 61.57, 71.5

* 10 CFR 30.36(g)(4)(ii), 40.42(g)(4)(ii), 70.38(g)(4)(ii) and 72.54(g)(2)

評估結果 Evaluation Findings

評估標準 Evaluation Criteria

員工應該確認運轉組織或權責部門的固體放射性廢棄物之

管理符合NRC 10 CFR Part 20, Subpart K, 10 CFR 61.55,

61.56, 61.57 and 71.5的要求。

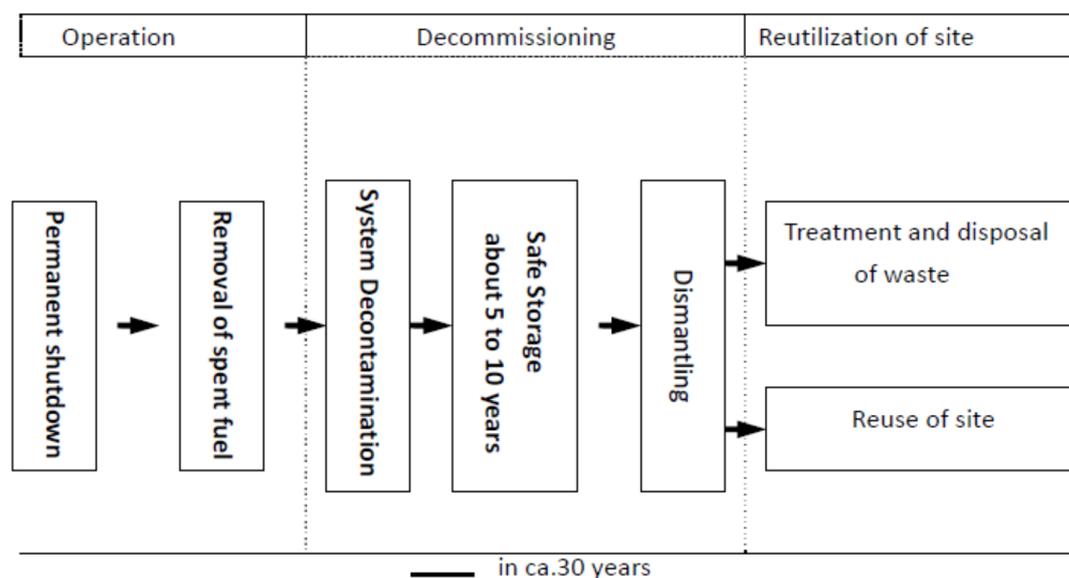
第三章 固體放射性廢棄物處理

在 NEA(Nuclear Energy Agency)在 2003 年針對核電廠除役廢棄物的處理及處置在除役過程中其所佔的費用做了 40 份問卷，對於一個除役的成本分配的調查得知，在除役廢棄物的拆卸、處理及處置這兩項成本佔總量在大多數情況下，拆卸及處理及處置往往佔除役總成本的 60%，其比例隨反應器種類而異(如表 1 所示)，但在某些情況下也可能會超過 65%。其他安全性，調查和維護，現場清理和美化，項目管理及工程和現場支援三個要素，約各佔總成本 10%，其中安全性，調查和維護佔 8~13%的總成本，場地清理和美化 5~13%，項目管理，工程和現場支援 5 到 24%，其他項目不超過總除役總成本的 5%，由這經費分配比例得知，除役中廢棄物處理佔了舉足輕重的角色，選擇恰當方法將會對於除役成本及安全有很大的幫助。

表 1 各種反應器除役時平均廢棄物拆卸、處理及處置佔主要支出之比例 (NEA, 2003)

反應器種類	拆卸(%)	廢棄物處理及處置(%)
BWR	33	23
PWR	30	23
VVER	25	17
PHER	34	43
GCR	25	43

3.1 除役電廠固體廢棄物處理程序



Source: Report from Nuclear Energy Subcommittee , Advisory committee for Natural Resources and Energy , January 1997

圖 1. 標準核電設施除役程序 [K.Ishigure, Radioisotope Association]

在除役的標準程序如圖1所示，最主要的原則是需要確保操作的安全性，及對環境的影響，同時需考慮其經濟性，當然這價格是包括對環境及社會影響所付出的代價，因此採取合理可行的措施管理放射性廢棄物，以確保人類及環境的健康安全，不論對現在或未來皆有適當的保護，不會遺害後代子孫是放射性廢棄物管理的最終目標，同時亦為本研究之最重要目的。

放射性廢棄物管理的部分主要：

1. 廢棄物的分類和活度及數量的估計

2. 廢棄物的移除及拆除程序，清潔廢棄物的監控程序；
3. 除污程序；
4. 廢棄物減容及減重程序；
5. 考慮二次廢棄物及雜項廢棄物產生之可能性；
6. 廢棄物運送及處置程序等。

本研究將會針對1-5項進行探討，其中拆除程序為了不與其他計畫重疊，第6項所牽涉的範圍廣泛，因此需要另案研究，本研究不討論這個部份。

3.2 相關廢棄物的產生、估計及分類

放射性廢棄物的管理，首先須將待處理之放射性廢棄物依規範分類之，以利決定其後續處理或處置之方法，同時依廢棄物之種類(其放射性活度大小、污染、活化或有害程度)區分施予不同的除污方式。

放射性廢棄物分類的方式可以很多，依物理狀態分為固、液或氣等三種形態；依廢棄物所含放射性活度濃度之高低，國際原子能總署依所含放射性活度濃度之高低，將放射性廢棄物分為豁免廢棄物、中低放射性廢棄物及高放射性廢棄物三類，其中中低放射性廢棄物又依其放射性核種之半衰期，分為短半衰期放射性廢棄物、長半衰期放

射性廢棄物兩種。依照IAEA規範可如表2分類，可分為高活度放射性、中活度放射性、低活度放射性及極低活度放射性廢棄物，等四大類，而各國的規範略有差異。

表 2 放射性廢棄物之分類(IAEA, 2009)

	Very Low Level Waste (VLLW)	Low Level Waste (LLW)	Intermediate Level Waste (ILW)	High Level Waste (HLW)
Radioactivity	contains very limited concentrations of long-lived radioactive isotopes with activity concentrations usually above the clearance levels	contains limited concentrations of long-live radioactive isotopes but has high radioactivity	contains long-live radioactive isotopes that will not decay to a level of activity concentration acceptable for near surface disposal	contains levels of activity concentration high enough to generate significant quantities of heat by radioactive decay or with large amount of long-live radioactive isotopes
Examples of waste source	concrete rubble, soil	clothing, glass, building materials	fuel rod casing, reactor vessel part	debris of spent fuel
Isolation	engineering surface landfill	near surface disposal at depth up to 30 meters	shallow disposal at depth from a few tens to a few hundred meters	deep geological formulations
Need shielding	No	No	Yes	Yes
Need cooling	No	No	No	Yes

此外，國際原子能總署（The International Atomic Energy Agency, IAEA）也將除役所產生大量的廢棄物簡單分為三類：

1. 可再利用的材料，回收後經由處理或不用處理，在有條件限制的情況或無條件限制的情況下再利用；

2. 無法再利用的材料，在受限制的情況下加以處理以降低活度；

3. 含有高放射性必須當放射性廢棄物處理。

我國依其來源，分為高放射性廢棄物及低放射性廢棄物。所謂高放射性廢棄物係指最終處置之用過核子燃料或其經再處理的萃取殘餘物；低放射性廢棄物指高放射性廢棄物以外的所有放射性廢棄物，考量最終處置的方便性，對低放射性廢棄物依所含放射性活度濃度，由低至高分為A、B、C及超C等四類。

表 3 各國反應中的反應堆及除役所產生中、低放固體廢棄物的體積比較。
(P. Woollan, 2006)

國家	德國		瑞典		美國	
電功率/MW	1200 PWR	800 BWR	900 PWR	1000 BWR	1000 PWR	1000 BWR
25 年運行廢棄物*/m ³	6100 ~ 11000	6000 ~ 20000	6300	7500	21700	40000
除役廢棄物/m ³	6900	12400	6700	15000	15200	16300
總廢棄物* (運行+除役)/m ³	13000 ~ 17900	18400 ~ 32400	13000	22500	36900	56300

由表 3 中，德國、瑞典及美國所計算 PWR 及 BWR，計算 25 年的廢棄物及除役時的廢棄物量與除役廢棄物的量顯示，隨除役時所使用的處理技術廢棄物量有所差異，各廠所產生的廢棄物總量其數量級

差不多。表 4 列出 Maine, Connecticut Yankee 及 Rancho Seco 在除役過程中所產生各種廢棄物的量，其中以建築拆除物、土壤沉積物及系統拆除佔了大部份，A 類廢棄物佔了絕大部份

表 4 美國三個核電廠除役經驗得各類廢棄物量(Richard McGrath, 2012)

除役電廠	密度 kg/m ³	Maine Yankee m ³	Connecticut Yankee m ³	Rancho Seco m ³
開始年份/MWe-Type		1972/860 MWe- PWR	1967/691 MWe-PWR	1975/913 MWe-PWR
廢棄物種類				
建築物拆除	1,142	57,240	88,240	11,400*
土壤/沉積物修復	1,142	28,820	15,390	Included w/ Building Demolition
系統 (Commodities)	327	32,000	Included w/ Building Demolition	5,850
Misc. Class A	1,142	N/A	331	N/A
A 類總量		118,660	104,201	17,240
B/C 類	1,142	2,190	1,150	93
GTCC	N/A	N/A	N/A	11
廢棄物總量	N/A	120,850	105,350	17,344

Richard McGrath, TaiPower & EPRI Decommissioning Technical Workshop, 2012

根據相關資料，美估計運行 40 年的核電廠各類廢棄物所佔的比例估計各種廢棄物的比例可得知，其廢棄物比例因核設施種類而有

所差異，但仍以 A 類佔 97.5% 以上，其餘僅占極小部份，此外，由廢棄物種類中建築物之拆除物佔了很大一部分。

表 5 美國運行 40 年核電廠除役所產生的廢棄物量(P. Woollan, 2006)

廢棄物種類	各種廢棄物所佔比例%				總體積 /m ³
	A 類	B 類	C 類	超 C 類	
PWR	98.0	1.2	0.1	0.7	18000
BWR	97.5	2.0	0.3	0.2	19000

表 6 除污時不同反應器所產生的廢棄物估計量(K. Ishigure)

Category of Radioactivity Level	BWR (1,100 MW)	PWR (1,100 MW)	GCR (1,100 MW)
Low Level L1	0.008	0.02	0.16
L2	0.085	0.17	0.85
L3	1.2	0.40	0.81
合計	1.3	0.6	1.8
Not necessary to be treated as radioactive (below clearance level) + non radioactive	52.4	48.9	17.4

Radioactivity relatively high L1 sub-surface disposal
 relatively low L2 concrete pit disposal
 extremely low L3 trench disposal

表7 德國PWR及BWR除役拆卸物料量 單位: t (P. Woollan, 2006)

部件或設備		PWR Biblis-A	BWR Brunsbuttle
主要部份	反應堆壓力容器	594	444
	堆內部構件	164	301
	支撐和分隔物	212	167
	蒸氣發生器	1120	*
	循環冷卻劑泵	128	*
	反應堆冷卻劑管道	150	*
	穩壓器	162	*
	凝氣器(消壓系統)	**	377
系統	容器和熱交換器	955	2318
	輔助設備	302	575
	管道	2071	3025
	泵	75	151
	其他部件	360	318
	隔熱材料	285	408
設備	通風系統	88	275
	電纜	600	770
	馬達	64	544
	電氣設備	100	163
發電設備	氣輪機、發動機、 冷凝器	***	2842
工器具	剛件結構、架、台、吊車、 升降機、緊固器、電纜架等	1177	1370
屏蔽體	生物屏蔽體	1161	799
防護物	安全殼、襯覆層、閘門	2563	1186
建築物(核建築)	混凝土和鋼筋混凝土	143151	213015
總計		156433	230909

註: *僅指 PWR ; **僅指 BWR ; ***僅指 BWR , 對氣輪機、發電機和冷凝器有輕微沾污

從美國及德國的經驗得知，極低活度放射性廢棄物佔廢棄物總

量的 90% 以上，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，若依放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，經仔細分析檢驗廢棄物，依照放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對縮減除役時間與有效管理是必要的步驟。

對於核能設施進行解體前，須先估算放射性物質總量，主要有兩大類：

1. 放射性活化物質的總量: 中子照射所導致的反應器內部建物結構活化及周邊設備內含的量；
2. 表面污染總量: 管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂生成物所導致的。

無論上述哪種，都很難精確估計，通常需要經由現場量測技術使能精確計算，每個單位又針對於其量值進行分類及標準。

當其輻射量低於某個值，將可進行外釋，可以減少放射性廢棄物處理量，在許多先進國家皆有其各自的處置標準，其分類如下表所示：

表 8 目前各國放射性物質處置標準之比較(IAEA, 1992)

	參考標準, α 放射性核種 ($Bg\ g^{-1}$)	說明
美國 (NRC generic limit)	400	近表層未穩定之廢棄物*
	4000	較為深層已穩定之廢棄物*
	4000	限定在能源部包裝之超鈾放射性核種
法國 (Centre de la	400	廠址內之平均值
	4000	其中一容器之嵌入式之廢棄物最大值

Manche)	200	其中一容器之廢棄物最大值
英國	4000	若以一般未被壓縮之LLW而言，相當於廢棄物密度為 0.2 t m^{-3} 時，平均每天為 20 mCi m^{-3} 的處置量；附加標準則需確認實際上置放於英國Drigg之廢棄物濃度約在限值10以下的限制因子。
NEA (Nuclear Energy Agency)	10 – 1000	掩埋在NRIZ以內之廢棄物平均值(不包括 ^{226}Ra)
	$10^3 - 10^4$	掩埋在深度在NRIZ以下20m以上之廢棄物平均值(不包括 ^{226}Ra)

*針對單一容器，僅適用於 α 發射性核種，其半衰期超過5年的超鈾放射性核種。
LLW: Low level waste,

對於了解廢棄物的來源是非常重要的，廢棄物主要來源類型包括反應器內部與組件、中子活化組件、生物屏蔽壁、結構材料(如混凝土)、燃料池結構/系統、桶槽與熱交換器、機械/電氣設備、地面洩水溝與污水坑、上方與下方蓄水池、污染泥土等，同時須了解該廠區的所有操作歷史，及估計可能在除役過程中所產生之二次污染。

雖然其實際量值及活度受上述相關狀況影響很大，並且與除役延遲拆除的時間相當大的關係，最準確的方法仍是需要經由實際的量測得知，但我們除了藉由蒐集德國的經驗將參照已除役及除役中的核能電廠所產生的廢棄物產量(如表7)，根據其規模比對台電的相關資料，同時將針對各項所提出之廢棄物種類含量及特性，和過程中可能產生之二次廢棄物進行評估，建立放射性廢棄物比例因數(Scaling factor)研究，可以事先預估其量及規畫處理方法以達到除役廢棄物之最小化、

排放最小化、工作人員與社會大眾曝露劑量最小化。

此外，需了解各種廢棄物的來源及其用途，始能有效的進行處理工作，傳統各種不同的廢棄物大致利用廢棄物種類不同有不同的處理方式，對不同性質的材料分類並採取不同的除污方法。理想的除污技術，將有最大的除污因子、最少的二次廢棄物生成及最少的曝露量以及對環境最小的衝擊。

3.3 除污時固體放射性廢棄物最小化

為了除役的安全，除役後的核設施、建築物、設備及系統將會受到不同程度的放射性污染，因此在這過程中將產生大量廢棄物，如何降低放射性廢物量、減化其處理程序及降低其處理量為重要的課題，首先除役的廢棄物需根據以下的考量：

- 廢棄物的來源：源自廠內的哪部份；
- 廠內操作的歷史：運轉紀錄的維持，包括：噴濺和污染、設備和結構調整等
- 材料種類：鋼、鋁合金、混凝土或織物等；
- 表面類型：粗糙、多孔、塗層等；
- 污染物的種類：氧化物、污物、油泥，等；
- 污染物的組成（即活化產物、裂變產物、銇系等），以及所涉

及的放射性核種;

- 監控要求和除污因子要求;
- 淨化組件目標：處理，再利用等;
- 需求的時間;
- 污染的設施的類型的證明效率;
- 分量類型：槽、管，罐等

根據上述放射性廢棄物之放射性的種類、含量、半衰期、濃度、體積及其物理化學性質的差別，分別對不同種廢棄物進行分類收集、分類處理、整備、運送、儲存及處置等，用最安全、有效、經濟的方式進行放射性廢棄物的處理。

通過源頭調查，確定污染範圍、清除熱點、分類處理等方法，選擇適當的屏蔽方法，避免污染的擴散，同時降低二次污染產生、處理成本及處理量。以減少產生、分類收集、淨化濃縮、減容固化、嚴格包裝、安全運輸、就地暫存、集中處置、控制排放及加強監測等問題，將廢棄物達到最小化。

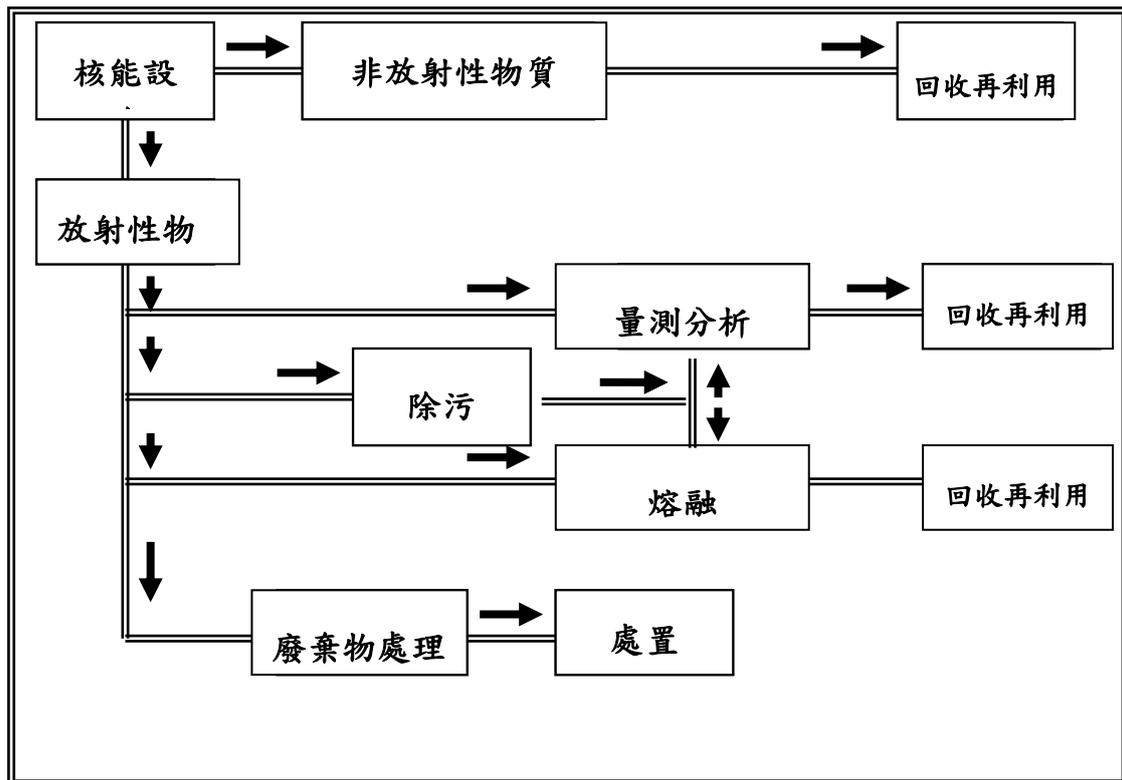


圖 2 IAEA 所提之放射性廢棄物最小化處理流程

放射性廢棄物最小化是由 IAEA 所提出來的，其目的在將放射性的體積及重量合理地達到最小化，是目前放射性廢棄物管理的主要原則之一。

3.3.1 最小化最主要的策略

過去相關報導中提到放射性廢棄物最小化的主要有四大策略：

1. 優化管理：

從法規、人員培訓及審查制度等的建立，進而提升廢棄物最小化的效率；

2. 減少來源:

廢棄物最小化，最重要即是降低廢棄物的產生，如嚴格的進行分類，經嚴格分類分區存放及處理，以防止交叉污染；避免事故的發生；降低洩漏及避免二次污染物生成之處理程序等。

3. 廢棄物的再利用

藉由明確的法規規範及嚴格的審查制度把關，且在安全的前題下，除了減少廢棄物來源外，盡可能的將廢棄物進行再利用，同時研究目前國內外可以將相關廢棄物再利用回收之範例及其法令規章。

4. 減容處理

針對不可再利用回收的放射性廢棄物，藉由除污、焚化、壓縮、熔融及破碎等技術上，進行廢棄物的減容，以降低對環境所造成的影響，此部分除了會比較國外各種技術外，將會對核能研究所近年來對減容的技術的發展進行討論。

根據以上的原則可以有以下的措施

1. 控制過程中之物流、人流及氣流，避免交叉污染
2. 藉由過去的數據，輔以程式模擬，以便有效安排除役放射性廢棄物處理工作

3. 藉由模擬操作提高效率及降低事故
4. 分檢出可豁免廢棄物及熱點；
5. 對熱點先進行除污、屏蔽或切割；
6. 選擇高效率且低二次污染的除污及切割技術
7. 準確地量測受污染範圍及種類
8. 選擇二次廢棄物最少的技術
9. 盡可能回收再利用

在所有廢棄物中，以金屬廢棄物及混凝土所佔的比例為大宗，因此將利用各種不同的方法進行處理，更希望能進行再利用。

3.3.2 最小化技術

本研究主要以大量固體廢棄物處理為探討的對象，大致上固體放射性廢棄物的最小化技術可分為三大部分：

1. 固體廢棄物的整備技術：
 - (a) 壓縮及超壓縮技術
 - (b) 碎化技術
 - (c) 切割技術
 - (d) 熔融技術
 - (e) 焚燒技術

2. 固體廢棄物除污技術(將會在下一章節詳述)
3. 放射性液體廢棄物處理技術

雖然本研究主要目的為探討固體放射性廢棄物之相關處理技術，但由於在固體廢棄物處理中，有許多除污技術，所產生之二次廢棄物以液態為主，藉以提供較為完整的解答，其主要的技術有以下五種：

- (a) 沉澱
- (b) 蒸發
- (c) 過濾/超過濾
- (d) 逆滲透
- (e) 離子交換

因為程序與固體處理技術大不相同，不再本文中近一步討論。

本研究將會針對壓實及焚燒技術，進一步討論這些技術於減容處理放射性固體廢棄物的實例等，作為為來之參考。

3.3.3 廢棄物減容技術

由前述各國除役經驗顯示，在這過程中會產生大量的低中放固體廢物，因此如何減容變得非常重要。40%~80%的低放固體廢棄物是可燃和可壓縮的，焚燒和壓實是放射性廢物減容的重要措施。

此外，在廢棄物做處置前，必須要將廢棄物安定化，如何應用固

化法成為一重要的技術，本節將針對焚燒、壓實及固化技術進行討論。

3.3.3.1. 焚燒減容技術

放射性廢物焚燒是將可燃性廢物氧化處理成灰燼或殘渣。可燃性廢物包括纖維性物質(織物、紙、木材)、塑料、橡膠、活性炭、石墨、廢樹脂、廢有機溶劑、廢機油、廢有機閃爍液等，對於低放射性可燃性廢物，焚燒是理想的高效減容技術，焚燒處理有以下優點：

- (1) 可獲得減容 20~100 倍和減重 10~80 倍，減少貯存和處置所佔的空間及處置的費用；
- (2) 實現廢物無機化轉變，免除熱分解、輻射分解、發酵和著火可能性。

焚燒是一個複雜的化學反應程序，涉及化學反應、熱傳、質傳、流體力學、化學熱力學、化學動力學等許多先關問題。

理想的焚燒爐應具備以下品質：

- (1) 燃燒完全，達到高效的減容和減重；
- (2) 淨化尾氣始能滿足排放要求；
- (3) 不易出現腐蝕洩漏、管道堵塞等問題，設備壽命長，維修少；
- (4) 運行安全可靠，操作、維修和更換過濾器簡便；

(5)對工作人員受照劑量低，對環境影響小；

焚燒處理系統有兩個重要的指標，即除污因子和減容比，一般而言，高效焚燒需要有足夠高的燃燒溫度、足夠量的空氣、足夠長的滯留時間(反應時間)和適當的氣流擾動。但高的爐溫，雖對完全燃燒有幫助，但對爐體破壞作用大，需要做最佳化的評估。雖說焚燒可以有有效的減容，但其真正總減容效果，應將灰燼和煙氣冷卻系統所產生的二次廢棄物量納入計算。

對有機廢棄物而言，焚燒可以破壞有機物的可燃性及毒性成份，但無法破壞其放射性，當提供足夠的氧氣使其完全燃燒時，會產生大量的二氧化碳、水氣、其他廢氣及氧化物。對於大體積的廢棄物能有有效的減容，但也因為無法破壞其放射性元素，因此高活性小體積的廢棄物則較不恰當，因為需要較多控制放射性比活度，批次所燃燒的量則較低，無法達到滿負載，同時若要達到法規標準，對於廢棄處理所需投資的成本會較高。

焚燒技術中可分為分檢、破碎、進料、焚燒、排灰、煙氣冷卻、煙氣淨化等過程，每項皆需要嚴格管控。焚燒技術大致可以分成以下幾個程序：

- (1) 燃燒前揀選廢棄物：將易爆炸、鹵化物(怕腐蝕)或是不可燃的陶瓷及金屬材料移除，以確保安全及避免累積不能燃燒

的物質；

- (2) 進料:將其作最適當的預處理，以最恰當方法進料；
- (3) 焚燒方法:藉由不同焚燒爐的特性，調整最最佳反應條件，使其達到完全燃燒；
- (4) 排灰:選擇最合適的灰燼收集點，灰坑需要耐溫且抗蝕，由於爐渣、灰塵及顆粒的量較小，可達到有效減容；
- (5) 控制與安全系統:在燃燒室過壓的情況下，為了防止放射性廢氣逸散至工作區，須要有控制閥，及再是當處加裝防火裝置。
- (6) 廢氣處理:本系統中尾氣的處理為重要的一環，以下有幾種不同的方法目前應用在焚燒之廢氣處理:
 - 濕式法；
 - 乾燥，熱法:容易產生過濾器剝裂或被堵塞，可以先塗上惰性塗層；
 - 乾燥冷卻法:可以考慮選擇靜電過濾器；
 - 特殊成份去除:以活性材料為填充物之填充床進行過濾；
 - 絕對過濾:先捕捉水氣後，連續將氣體中的灰塵去除。

在 RWE NUKEM(RWE NUKEM 為目前英國最大私營的核能工程供應商)的焚燒處理，最後以添加氨氣還原 NO_x，以降低 NO_x 的排放，最終僅產生低濃度的 CO₂ 及 HCl。

每項工作皆需要嚴格管控，始能成為安全的減容程序。

3.3.3.2 壓實技術

低放射性乾式廢棄物是核電廠除役主要廢物之一，貯存、運輸和處置這些廢物需要耗費很多人力、財力及儲存庫處置場地。壓實減容應用廣泛，壓實主要是減小體積，是基於提高廢棄物密度，消除空隙而減小體積，可處理廢棄物種類很多，例如紙張、木材、塑料、橡膠、爐渣、玻璃及電纜等也可壓實減容，處置前將廢棄物壓實可以解決上述問題。

壓實是一種機械減容方法，放射性固體棄物的壓實減容設計和操作需要考慮以下問題:

- (1) 應先分類，將大塊無法壓實的物料揀出，避免破壞機械；
- (2) 壓實過程會釋放氣體，可能導致氣溶膠污染，且吸收或附著在廢棄物上的液體於壓實過程中會釋放，應適當捕集氣體及處理尾氣，同時需注意有些具有氧化活性的恐怕會爆炸；
- (3) α 廢棄物的壓實要求須在氣密室中進行；

(4) 需要屏蔽設施和遙控操作;

(5) 須克服廢棄物的回彈作用。

壓實減容的優點：

(1) 建造投資和運行費用低，對廠址要求不高；

(2) 減小體積，空隙被消除;如果需要，可利用移動式設備；通常將廢物壓實裝進桶或其他容器，不需要進一步處理，過程簡單;不需要昂貴的設備；花費相對較低

(3) 設備簡單，操作方便，維護保養容易，易實現自動化；

(4) 二次廢棄物極少；

壓實的優缺點:

(1) 減容倍數較小，不減輕質量；

(2) 超級壓實設備的資金花費比較高；

(3) 如果增加遠距離計算機的控制和密封，操作變得複雜，需要熟練的操作員；

(4) 二次廢棄物(液體和氣溶膠)必須另外進行處理。

焚燒及壓實技術為重要的減容技術，但兩者各有其不同的限制，

下表 9 列出兩者之比較。

表 9 放射性廢物焚燒減容和壓實減容的比較(羅尚庚, 2006)

項目	焚燒	壓實
處理對象	低、中放可燃廢棄物	<ul style="list-style-type: none"> ● 低、中放可燃/可壓縮廢棄物； ● 高壓、超高壓實也可壓實不可燃/不可壓縮廢棄物
減容倍數	20~100	2~10
減重倍數	10~80	幾乎不減重
產物穩定性	無機化、惰性化轉變	不改變可燃性，不適用於易熱解和易腐爛物質
設備投資	較高	較低
處理費用	較高	較低
二次廢棄物	有二次廢物	很少
適用性	適用於可燃性廢物	適用於可壓縮性廢棄物，容易設置，適用範圍廣，應用較普遍
主要缺點	<ul style="list-style-type: none"> ● 建造和操作費用高； ● 廢氣釋放要嚴格控制； ● 應用不夠普遍 	<ul style="list-style-type: none"> ● 減容不減重； ● 減容倍數較小 ● 不適用於易熱解和易腐爛物質

3.3.3.3 固化技術

放射性廢棄物被處理後，殘餘蒸發殘渣、化學泥漿、廢液、費離子交換樹脂及焚燒灰燼等，須將這些放射性廢棄物之放射性元素牢固地結合到穩定的基材上，以達到安全的目的，常利用固化的技術，在固化的過程中有幾點需要特別注意的：

(1) 廢棄物中有許多不同的核種，有些活度高有些不具放射性，

混雜在一起；

(2) 有些成份易揮發；

(3) 由於需長時間儲存，經由核種衰變、輻射分解或是熱分解作用，常會產生過氧化氫，或是氫氣；

(4) 包裝容器若為金屬，容易腐蝕產生氫氣等

上述等問題，對於儲存穩定性有很大的影響，在廢棄物固化的部分，最主要有水泥固化、瀝青固化及聚合物固化三大類，

1. 水泥固化:

是最早開發的固化技術，已超過 40 年的歷史，利用水泥的物理包容性及吸收性，借以固定放射性核種，常用的水泥種類有波特蘭水泥及高爐水泥，火山泥水泥及高鋁水泥也愈來愈普遍了。水泥固化需要講求的是

(a) 高抗滲出能力；

(b) 高抗壓強度；

(c) 耐輻射性；

(d) 高熱穩定性。

2. 瀝青固化:

瀝青固化是將熔融或乳化的瀝青與廢棄物混合，去除水份，

爾後裝桶冷卻，它具有 40%-60%之廢棄物包容量，當溫度高

於 60°C 時會軟化，且鹽類會分離析出，因此他不適合應用在高放射性廢棄物處理，因此在使用上有一些限制：

- (a) 所包容之廢棄物劣變時，其衰變熱量不可太大；
- (b) 輻射作用會使瀝青生成一些具爆炸性的氣體，如氫氣或甲烷等；

泥漿及灰燼較為惰性，因此可使用此種方法固化。

3. 聚合物固化

熱塑性的聚合物其技術與瀝青固化較為類似，呈線性結構聚合物，可以重複塑型；熱固聚合物的固化則與水泥固化較為類似，固化後成網狀結構，受熱不再改變形狀。其固化速率將會影響廢棄物固定的效果。

- (a) 優點:與有機物的相容性佳；
- (b) 缺點:不可應用於高放射性廢棄物，同時需要去水、加入起始劑、促進劑及催化劑等，因此相對費用較高。

以上三種固化方式於固體廢棄物的比較如下表 10 所示

目前尚有許多新的處理技術，如可移動處理裝置、剝離固化、低中放廢棄物、壓實固化、水力壓裂法及大體積膠注法，綜合以上的技術特徵，選擇恰當的技術及設備。

表 10 三種固化方法之比較

		固化對象	水泥固化	瀝青固化	聚合物固化
適用性	低中放廢棄物	壓水堆硼酸鈉廢棄物	差或尚可	好	好或可以
		廢水堆硫酸鈉廢棄物	尚可	可以	好或可以
		離子交換樹脂	差或尚可	差或尚可	好
		焚燒爐灰燼	可以	尚可-好	可以
		過濾泥漿	好	尚可-好	可以
安全性	產品性質	滲出率/ g/(cm ² d)	10 ⁻³ ~10 ⁻¹	10 ⁻⁵ ~10 ⁻³	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁴
		可受最大受照劑量/Gy	10 ⁸	10 ⁶	10 ⁷
		分解氣體	H ₂ , O ₂	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化合物	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化合物
		抗壓強度/MPa	好 (10~20)	塑性	塑性或好
	執行狀況	操作溫度/°C	R.T.	130~180	R.T.或稍高
		執行問題	停車要清洗設備	須防止著火爆炸	須防火、需要脫水乾燥預處理
		儲存及處置的問題	浸出率高	防火、泡水會膨脹	防火
經濟性	廢棄物包容量/%	20~40	40~60	30~70	
	設備需求	簡單	較複雜	簡單或複雜	
	固化成本	低	中	高	

3.4 固體廢棄物除污方法的探討

一般運轉中的廢棄物除污與除役的除污式不同的，在運轉維護的除污必須選擇不可破壞零組件的除污技術，而除役的廢棄物除污，可採用具破壞性技術，除污技術的選擇首要為技術安全性，再則需考慮除污效率、成本、二次廢棄物的生成及其方便性。

除役過程中，在不同階段的除污具有其不同的目的，大致可以分成以下幾個階段的除污：

- 甲、 拆卸解體前的除污：初步除污，降低人員的曝露；
- 乙、 拆卸解體後的除污：深度除污，盡可能的清潔材料達外釋標準或進行再利用；
- 丙、 供核電相關產業應用：使其能達到有條件的清潔釋放；
- 丁、 將嚴重污染的廢棄物降級。

這些不同階段的除污，因目的不同其成本及所選用的方法會有所不同。

建物混凝土除污之目的主要針對混凝土之為無條件釋出及減少放射性混凝土廢棄物體積，藉以減少未來放射性廢棄物的量。廢棄物的處理過程中，會有廢棄物拆除的工作，此部分並不在本研究所討論，主要針對除役技術做較為全面的搜尋及評估比較。

除役的過程及甚至除役後，需要花費許多的精力處理各種大量的

放射性廢棄物，根據過去的經驗，除役所產生大量的廢棄物，其中大宗的固體材料主要以金屬材料及混凝土為主，這些廢棄物再利用回收，及其再利用將作為本研究的重點。(L.E. Lawrence, E. Boing, 2006)

根據放射性廢棄物最小化的準則，在除污技術之研究部份將涵蓋以下幾個部分

1. 習知的物理性及化學性的除污技術；
2. 國內外相關新興的固體除污技術；

在除污過程中，須有以下幾個考量，始能以較為經濟且較高效率達到較佳的除污的效果：

1. 分析表面污染狀況：
 - 放射性活性估算和測量
 - 污染擴散程度
 - 了解污染的物理化學結構等。
2. 定義除污目標和其除污程度。
3. 考慮影響除污技術之選擇因子：
 - 系統相關的因素：如材料類型和幾何形狀；污染特性；電廠運作的歷史等；
 - 反應試劑相關的因素：如材料耐腐蝕效果、除污效果、溶液穩定和濃度；反應流體之體積；廢棄物對處理過程之要

求；反應過程所需的時間；污染物的在除污過程之再分配以及二次污染的發生狀況；毒性；廢棄物處理過程之成本(包括二次廢棄物之處理)等。

4. 選擇最適合的方法除污：考慮為什麼它被決定除污，以及如何選擇除污技術等。
5. 了解除污技術最新的發展。

由於不同的物件及材料除污需求及其特性皆有很大差異，針對不同除污方法進行討論，針對其特性大略會涵蓋數種化學及物理性的方法，針對以下各種除污技術方法及其優缺點進行討論。(Enserch Inc., 1994)

3.4.1 化學除污程序

在化學除污中又可分為多步驟除污及單一步驟除污，下面就分別介紹其特性：

1. 多步驟化學除污

其主要的除污步驟為

- (a) 氧化步驟:利用高氧化性之高錳酸鹽將 Cr(III)氧化為可溶之 Cr(VI)；
- (b) 還原:用草酸移除過量之高錳酸鹽

(c) 除污步驟:以錯合物促進氧化/還原步驟，將氧化膜移至溶液中，同時將腐蝕產物及放射性物質連續交換至離子交換柱上。

在 PWR 反應器中除污過程中，因為會產生十分不易移除的氧化銻，因此需要有錯離子將氧化層移除的步驟，若執行 BWR 之除污，則不需要這步驟，詳細的流程如圖 3 所示。

目前國際上常被使用的多步驟化學除污方法包括:

(1) Classical Oxidation-Reduction Process (傳統氧化還原法 CORD)

德國西門子(Siemens)公司開發 Classical Oxidation-Reduction Process (簡稱 CORD)，以草酸(oxalic acid) 為除污劑德國，其中 AREVA 公司(原西門子公司)發展的 HP/CORD D UV 程序是多循環程序，每一循環包括四個部份:

1. 是以高錳酸鉀氧化；
2. 是利用除污化學藥劑草酸還原高錳酸鉀；
3. 除污；
4. 草酸以紫外光分解與淨化，將草酸完全氧化成二氧化碳與水。

(2) Low Oxidation-State Metal Ion (LOMI)

英國中央電力局(Central Electricity Generating Board)開發 Low Oxidation-State Metal Ion(簡稱 LOMI)，主要以甲酸釩 (vanadous formate) 為除污劑。

(3) CANDECON

加拿大原子能有限公司(Atomic Energy of Canada Limited)公司開發 CANDECON，主要以硝酸或檸檬酸加 EDTA 為除污劑。

表 11 為三種方法的詳細步驟，而圖 3 有三種方法的相關性。這些方法主要用於較低劑量或較為慢速的除污，作為拆卸解體後除污的一個測試，當這些廢棄物經由拆卸後，可藉由超聲波輔助以提升除污效率。也因為其性質較為溫和，對於系統完整性的保持並無太大的影響，但若於拆卸後，建議使用較為積極 (亦即除污能力較強)的方法進行除污。

表 11 常用商用的多步驟化學除污程序之比較 (P Kinnunen, 2008)

PWR decontamination						
Process	LOMI		CAN-DECON		HP CORD UV	
	Process steps	Chemicals in solution	Process steps	Chemicals in solution	Process steps	Chemicals in solution
Preoxidation	AP-Oxidation ⊙KMnO ₄ NP Oxidation ⊙HNO ₃ + KMnO ₄ ⊙Circulation ⊙Discharge or go to transition step	MnO ₄ ⁻ K ⁺ HCrO ₄ ⁻ By NP Oxidation like AP+NO ₃ ⁻	AP-Oxidation ⊙KMnO ₄ (AP) injection ⊙Circulation ⊙Discharge or go to transition step	MnO ₄ ⁻ K ⁺ HCrO ₄ ⁻	HP-Oxidation : ⊙HMnO ₄ injection ⊙Circulation	MnO ₄ ⁻ HCrO ₄ ⁻
Transition to dissolution step	⊙H ₂ C ₂ O ₄ injection ⊙Circulation ⊙Discharge or ⊙Ion exchange	C ₂ O ₄ ²⁻ Cr ³⁺	⊙H ₂ C ₂ O ₄ injection ⊙Circulation ⊙Ion exchange	C ₂ O ₄ ²⁻ Cr ³⁺	No specific action	
Dissolution step(decontamination)	⊙LOMI reagent(V ^{VI} (pic) ₃ ⁻) injection ⊙Circulation	V ^{VI} (pic) ₃ ⁻ Fe ^{VI} (pic) ₃ ⁻	⊙EDTA ⊙Citric acid	EDTA ₄ ⁻ C ₃ H ₅ O(COO) ₃ ³⁻	CORD decontamination: ⊙H ₂ C ₂ O ₄ injection ⊙Circulation ⊙Ion exchange(Activity Ni ²⁺ , Mn ²⁺ , Fe ²⁺)	C ₂ O ₄ ²⁻ Cr ³⁺
Cleaning	⊙Discharge to waste ⊙Intermediate storage or ⊙Ion exchange		⊙Discharge to waste ⊙Intermediate storage or ⊙Ion exchange		UV Decomposition: ⊙H ₂ O ₂ injection ⊙Circulation ⊙Ion exchange(Cr ³⁺)	

AP = Alkaline permanganate

NP = Nitric acid potassium permanganate

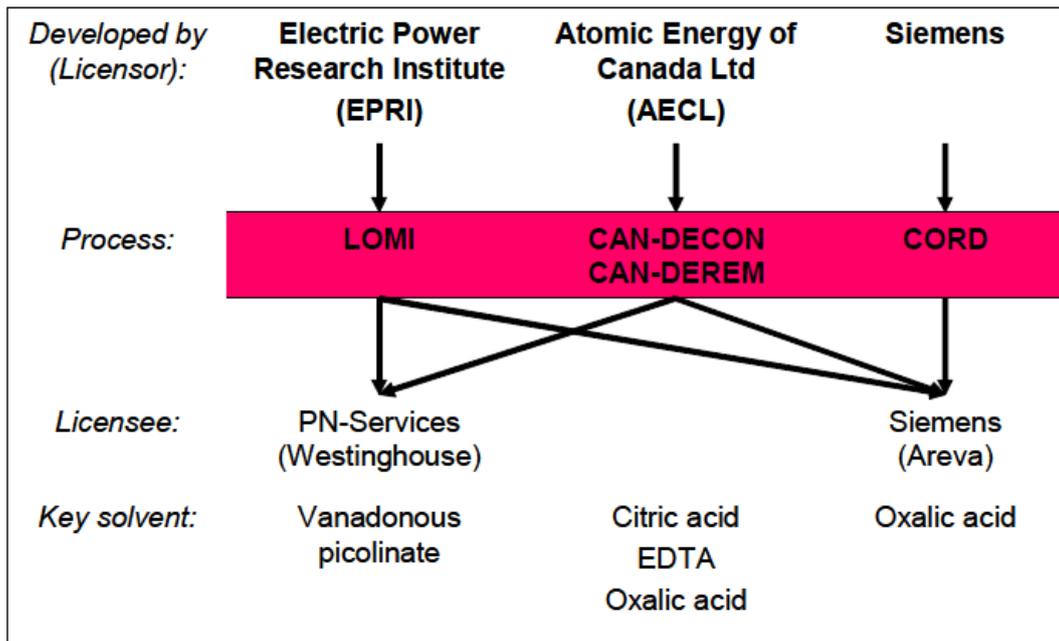


圖 3. 各種商用多步驟除污技術之比較(P. Kinnunen, 2008)

電廠解體前的除污方式以多步驟化學除污為主，各種化學除污方式皆有其愛用者，下表則列出曾經使用於核電廠除役過程中，相關的案例。

表 12 部份核能電廠解體前系統除污採用方法一覽表(邱太銘, 2011)

核能電廠名稱	國家	系統除污採用方法
Big Rock Point	USA	EPRI DFD 程序
Connecticut Yankee	USA	HP/CORD D UV 程序
Maine Yankee	USA	EPRI DFD 程序
Trojan	USA	EPRI DFD 程序
Barseback	Sweden	HP/CORD D UV 程序
Jose Cabrera	Spain	EPRI DFD 程序
Obrigheim	Germany	HP/CORD D UV 程序
Stade	Germany	HP/CORD D UV 程序
BR3	Belgium	HP/CORD D UV 程序
VAK Kahl	Germany	HP/CORD D UV 程序
普賢	Japan	HOP 程序
濱岡	Japan	T-Ozon 程序

2. 單一步驟除污

單一步驟除污中，直接將氧化層及金屬層溶解之，常加入鈾進行反應至不鏽鋼材上，以後者的除污速率較快，常應用於解體後之待除污物質之表面污染物移除，其除污因子(decontamination factor, DF)可達 104(Klein et. al., 1998)，常用的方法為鈾氧化法。

鈾離子氧化除污是利用具高氧化能力的 Ce^{4+} 氧化金屬材料表面，使得金屬氧化成為金屬鹽類，接著溶解於水溶液中，其操作溫度約為 $80^{\circ}C$ ，具有極高的除污能力，缺點則是容易產生二次廢棄物，為了將低廢棄物的生成，分別利用臭氧法及電化學法再生。

在進行 Ce^{4+} 氧化過程中，鈾離子具有極高的氧化電位 (~ 1.61 V / ENH)，可以保證將三價的鉻氧化為六價鉻，亞鐵離子氧化為鐵離子，可以移除數微米的污染層。

但其缺點則是在產生大量的廢液，因此 Ce^{4+} 的再生成為此種技術的重點之一， Ce^{4+} 氧化程序中，SODP 過程以臭氧進行再生 (Strong Ozone Decontamination Process，強臭氧淨化過程)，主要由瑞典的 Studsvik 所開發；而 JAERI 和 JPDR 則為日本，以電化學進行 REDOX 氧化還原進行再生；比利時核能發展中心 (SCK•CEN) 與法國馬通公司共同研發 MEDOC 除污技術，應用於

BR3 壓水堆之除役中，80%經過 MEDOX 除污後可達解除管制的標準，20%經由熔煉後亦可以外釋，具有很好的除污效果，以下表則為三種不同的程序比較表。

表 13 三種不同銻離子氧化除污程序之比較(EC-CND, 2009)

方法	溫度 °C	介質	再生方法	提出國	應用	除污 速度
SODP	室溫	HNO ₃	臭氧法	瑞典	密閉回路	低
REDOX	60 ~80	HNO ₃	電化學法	日本	開放系統	高
MEDOX	~80	H ₂ SO ₄	臭氧法	比利時	開放與密 閉回路	高

3. 電化學程序(無論封閉或開放系統)

電化學除污即是電解拋光的技術，可視為是一種化學除污技術，通過電場協助，經由電解拋光的過程，可以磷酸，硝酸，草酸，檸檬酸，硫酸或其他化學藥劑作為電解質，其實已廣泛地應用於非核工業，產生的金屬和合金光滑的拋光表面。電化學除污採用直流電源，將待除污之金屬物件置於陽極，使得陽極溶解和除去的金屬和氧化物層，因此待除污之部件必需導電，其除污的效果取決於待除污之材料、電場分佈、電極、電流密度、電解液的成份及反應溫度電化學除污功效取決於選擇合適的電極、電壓、電流密度、和電解液，適用於除役時所產生的碳鋼、不銹鋼、鋁等金屬表面深度除污，以實現清潔解控和物件循環再利用的目標。

電化學除污該注意的問題:

- 大電流密度會產生高溫，要考慮冷卻及氣體產生的問題；
- 受到電解槽大小和除污物件構造複雜性的限制:
- 當物件表面有油脂、油漆類物質時，要預先將它們除去。
- 電解質選擇非常重要，可用磷酸、硫酸、硝酸、草酸、檸檬酸或硫酸鈉作為電解液，以磷酸為更好。如用 5%(質量百分數)H₂SO₄ 作為電解液，電流密度為 0.3A/cm²，溫度為 60°C，可達到 DF≥10⁴。
- 電化學除污易實現遙控操作。

電化學除污方法有:

(1) 浸泡法:

- 系統簡單適於小型物品除污;
- 缺點:需要大量電解液及大的反應槽。

(2) 電解隔離法

- 將待除污部件與陽極相連，以可移動式手柄(石墨)做陰極，陰極外加一玻璃纖維絕緣套防止兩極短路，石墨與外套間還有一滯留電解液的纖維層，以構成電解回路；
- 適用於局部區域(如部分工具或物件)或很大的表面(如燃

料儲存池表面)除污;

(3) 電解液抽吸法

- 於可移動式陰極周圍加一抽吸罩，使注入的電解液不斷循環利用。
- 適用於反應堆主迴路部件(如蒸氣發生器管頭、管道)或其他與安全有關的部件除污。
- 電解液電化學除污也可在充滿電解液的管道內，用一個移動電極進行拋光。

不同的部件可有不同的選擇，電化學除污程序與化學除污程序的差異比較如表14所示，清楚了解所需要的除污部件，及其除污目的，將可選擇較為合適的技術。

筆者亦曾結合電化學及化學除污，可以達到極高的除污效率，同時亦提出以電化學結合模擬移動床進行電解液再生的技術，如此可以解決化學及電化學除污技術上反應試劑及電解液所產生的二次廢棄物。

表 14 化學除污技術與電化學除污技術之優缺點比較

	優點	缺點
化學法除污	<ol style="list-style-type: none"> 1. 適用於難以接近的物體 2. 適用於複雜幾何結構 3. 可就地對技術設備進行除污 4. 選擇恰當化學試劑，幾乎所有放射性核種都可除去 5. 容易進行遙控操作 6. 氣載有害物的產生較少 7. 設備簡單 8. 除污溶液通常可再生使用 9. 有廣泛應用實際經驗 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 產生較多的二次廢液 2. 可能產生既有放射性為害，又有化學毒性的混合廢棄物 3. 有機溶劑可能會有熱解和輻解作用所生成的毒氣和燃爆問題 4. 可能產生腐蝕作用 5. 對多孔隙物體除污效果較差 6. 需要控制流出物的排放
電化學除污	<ol style="list-style-type: none"> 1. 效率高 2. 速度快 3. 適用於大型板件除污處理 4. 經濟 5. 容易進行遙控操作 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 不適用於非導體 2. 有較多廢液產生 3. 物件大小受電解槽大小限制 4. 電解液釋放出的蒸氣需控制因此需要設置排氣罩 6. 需加熱和攪拌電解液

為了改善化學除污技術的問題，有許多其他不同的方法被開發。

4. 泡沫除污程序 (Foam Decontamination Process)

在美國Savannah River Site (SRS)(W. S. Guthrie , 1993)，利用泡沫式除污劑，將除污劑和潤濕劑以泡沫型式以薄層噴在待除污表面，通過發泡劑提高通過表面接觸的效果，並增加停留時間，使泡沫更好利用淨化劑的能力。

- 優點:對於形狀複雜的大型部件，可以做內部原位除污，可應用於拆除前之除污，它除了可有效降低最終廢物的體積，此程序可以容易的利用遙控操作，並降低操作者曝露於放射性及化學的環境

中。

- 缺點:很難一次操作即得良好的除污因子，它可用於填充大型再循環空腔，並且它不適合用在劣化表面或其中使用有深或具裂縫的材料中。

這個過程是發達並廣泛使用於核能工業。在美國能源部網站 Savannah River Site的經驗，泡沫和凝膠淨化劑已顯示出顯著減少廢物的高達70%，是將廢棄物最小化的一個很好方法。比實現了與現有除污方法高，該過程已通過除污一系列大型閥門和換熱器具有複雜內部的測試。

5. 化學膠除污程序(Decontamination by pastes)

將化學除污劑做成凝膠狀噴到待除污組件，經過較長時間與表面接觸，然後擦洗、清洗或剝落。常用的試劑組合是一個硝酸、氫氟酸-草酸混合物和非離子洗滌劑用羧基甲基纖維素膠凝劑混合，合成氟化物螯合劑硝酸鋁。

- 優點:可有效地從大型部件原位除去污染，它會減少二次廢棄物的生成除污因子高達100；
- 缺點:它是一種化學複合物，通常至少需要用水漂洗或噴淋，需要多個程序。
- 目前已被法國Marcoule核電廠之G2/G3(J.R. Costes,

1995)

(1) 化學霧狀除污(Decontamination by chemical fog)

化學霧狀除污是將化學藥劑以物將噴出，德國Gundremmingen應用在KRB廠，俄羅斯聯邦用水/酸溶液進行金屬除污，同時在大型事件上除污的可行性也在日本被證實了。

3.4.2物理除污方法

1. 超音波除清洗(Cleaning in an ultrasound bath)

利用超音波空穴效應、加速效應及聲流效應直接使或間接使污垢分散、乳化及剝離，除污效果佳，除污因子10~1000。

- 適用於閥件、閥杆、泵、過濾器、切割工具及儀表桿的除污；
- 優點:除污效果好，二次廢棄物較少，可以遠距離操作；
- 若將化學法及超音波法結合，效果會更佳。

2. 乾冰或其他物質之爆破(Blasting of CO₂ ice or other materials)

這個除污過程使用乾冰粒在加速的狀況下，對著待除污表面進行清潔的原理，將乾冰在噴射器通過壓縮空氣的裝置中，加速噴出，污染物去除或由空氣帶走，最後，污染物會落在屏障上、地板或通風口的濾網上。

- 缺點:需要對空氣過濾系統做處理，並須加強二氧化碳的排

除；

- 其他物質的爆破其原理與乾冰相似，包括冰塊爆破；海綿爆破(Sponge blasting)；高壓液態氮氣爆破(High pressure liquid nitrogen blasting)；氟利昂噴射(Freon jetting)

3. 研磨/刨削法除污 (Decontamination with abrasives)

此種方法可以用各種形式，利用擦、刷、磨、刮、削及刨等除去表面鏽、污垢、表面塗層、氧化膜層，但容易產生二次污染的粉塵及氣溶膠。

4. 高壓水柱法 (Pressurized water jet)

利用高壓水或蒸汽柱噴射除污，藉由水流的動能用和高溫加速被污染的表面與除污劑之間的化學反應，射流的動能和高溫的共同作用，比化學品或清潔劑的溶液更有效

- 優點: 二次放射性廢棄物量大幅減少。在200毫米從噴嘴的噴流的溫度為50 - 100°C。
- 缺點: 容易形成氣溶膠污染和耗水量較大。

5. 蒸氣處理法

蒸汽除污結合了熱水溶劑能力與爆破的動能作用。建議從複雜的形狀和大型表面去除污染物。

- 此方法所產生的二次廢物量是相對低的，蒸汽可通過真空抽提，或類似的裝置收集，並冷凝。
- 通過除污過熱蒸汽已被成功地應用於俄羅斯KT-50運輸桶。

6. 微波除污

一種乾式的除污法、適用於混凝土，利用微波對待除污物件上的水氣進行汽化，表面產生強大的機械應力及熱應力發生爆裂。

- 缺點:不可應用於金屬及含水量低之混凝土。

7. 超臨界流體除污程序

超臨界流體除污乃利用超臨界流體具有氣體及液體的性質，高擴散係數、低黏度、可壓縮性且無表面張力，同時具有液體高密度及溶解性

- 優點:除污效率高，去除時間短，流體可以循環再利用可減少二次廢棄物，對除污物件腐蝕性低
- 缺點:在高壓下操作，投資較高；
- 過去對於連續式反應系統設計有些困難，義守大學過去幾年曾經針對連續式超臨界流體技術進行改善，已達到相當的效

果。

表 15 機械法及化學/電化學除污性質比較(羅尚庚, 2006)

除污技術	機械法	化學法/電化學
處理溫度	室溫	> 60 °C
添加物	不用或少用	添加各種化學試劑
二次廢棄物	固體廢棄物量大	液體廢棄物量大
技術	簡單或控制要求較高	較複雜，控制要求較高
操作風險	一般	較高
培訓要求	較簡單	較高
成本	投資較低 支持性消費較高	執行成本較高 支持性消費較高
一次能源消耗	低	一般(電化學較高)
處理物件適應性	對管道、彎曲表面的除污難	適合各種形狀
受照風險	較高	較低
適用性	可用於各種系統和設備的除污，但對複雜結構的除污效果較差	可用於各種系統和設備的除污

綜合以上所有除污技術及對象，表15 針對化學法及機械法進行評估及分析，討論其優缺點，包括對除污效率、經濟效益、可再利用性及二次廢棄物產生量及處理方法等的綜合比較，作為未來審查時對

其除污之適用性的參考。此外，各種不同技術其適用的範圍不同，若應用恰當，對於除污效率會有很大的幫助，表16中也針對各種不同的技術所適合除汙的部分加以比較。

表16 各種除污技術的可應用範圍(IAEA, 1999)

Technique	Large volume and closed systems	Segmented parts	Building surface and structures
Chemical decontamination			
Chemical solutions	X	X	X
Multiphase treatment processes	X	X	
Foam decontamination	X		X
Chemical gels	X	X	X
Decontamination by pastes	X	X	
Decontamination by chemical fog	X	X	
Gas phase decontamination	X		
Mechanical decontamination			
Flushing with water	X	X	X
Dusting/vacuuming/wiping scrubbing		X	X
Strippable coatings	X	X	X
Steam cleaning		X	X
Abrasive cleaning		X	X
Sponge blasting		X	X
CO2 blasting		X	X
High pressure liquid nitrogen blasting		X	X
Freon jetting		X	X
Wet ice blasting		X	X
High pressure and ultra high pressure water jets	X	X	X
Grinding/shaving		X	X
Scarifying/scabbling/planning			X

Milling		X	
Drilling and spalling			X
Expansive grout			X
Paving breaker and chipping hammer			X
Other decontamination techniques			
Electropolishing	X	X	
Ultrasonic cleaning		X	
Melting		X	
Emerging technologies			
Light ablation		X	X
Microwave scabbling			X
Thermal degradation			X
Microbial degradation	X		X
Electromigration			X
Exothermic, highly metalized powders			X
Supercritical fluid extraction			X

3.4.3 除役大量廢棄物之除污

根據表8中的統計數字顯示，當除污中金屬及建物混凝土佔了絕大部份，依據Minimization and segregation of radioactive wastes, IAEA-TECDOC- 652，將作為選擇除污方法的原則及對操作程序之考量，通常除污則是利用"清洗"、熱、化學/電化學、機械及其他方法將表面含放射性物質之污染清除，但若應用於混凝土的除污則需要深入材料，因此金屬除污及混凝土除污技術大不相同，分別針對以下的問題進行討論：

1. 金屬除污技術

在金屬除污中，於拆卸解體後之除污，主要是使金屬能無限制再使用或有限制地再利用，解體後的除污技術重在考慮其除污因子、除污效率及製程遙控之可能性及其二次廢棄物的產生量，以下針對不同的除污系統對象進行討論，可分成以下兩種狀況：

(a) 對完整系統(Full system)及封閉系統(Closed system)進行除污

(b) 零組件或是已經經過拆解之設備等之除污

合適的除污技術如下表所示。

表17 針對金屬拆卸前之材料進行除污(EC-CND, 2009)

階段	除污目的	系統	部分	適合的除污方法
拆卸前	降低曝露機會	封閉系統	管件系統	化學法 機械法
		開放系統	池、槽體、桶	高壓水、剷除法、可剝除薄膜除污法
拆卸後	降低放射性活度或可作為回收再利用	封閉/開放系統	管件，組件	化學法、電化學法、剷除法、超音波法、化學膠體法

(a) 建物混凝土除污技術

混凝土與建物在除污廢棄物中佔了極大量，除污目的是減少放射性混凝土廢棄物或建物釋出。根據安全性、效率、成本效益、廢棄物最小化及合適的混凝土與建物除污技術需化可行性。

依污染的位置與材料，其深度可達數毫米至數公分，於除污前須做準確的量測，了解是活化還是污染、污染深度、污染物類型，在做後續的除污工作，不同形式的混凝土亦有不同的除污方法，如僅對混

凝土表面除污，或已拆毀的混凝土，其除污技術的選擇則不相同，相關的除污方法如表16及表18所列。

表 18 混凝土、泥土及建物之除污(EC-CND, 2009)

待除污物件	目的	除污方法
混凝土表面	降低放射性活度，使達外釋標準得以減少放射性混凝土廢棄物	<ul style="list-style-type: none"> ● 機械法(剷除、刨削法、切割/鋸) ● 研磨或噴砂 ● 微波照射 ● 火焰割取 ● 其他創新技術
已拆毀混凝土		<ul style="list-style-type: none"> ● 手提鑽(Jackhammer) ● 切削 ● 鑽孔/打碎 ● 爆破

根據待除污物件的特性，選擇合適的技術，始能做有效地達到廢棄物最小化，若能將大量的金屬及建物混凝土做最有效的除污及減容，對於最終整體廢棄物的量將幫助很大。

第四章 結論

1. 在基於法規的規範及安全的前題下，根據廢棄物的性質，選擇合適的放射性除污技術，並注意以下幾個重點：
 - 除污的過程中，不僅使用單一技術之應用；
 - 評估時所需考慮的包括二次廢棄物的量及處理和處置問題，同時也須考慮操作者所可能曝露的量及危險性；
 - 能在現場做除污的工作將為拆卸前除污的較佳選擇；
 - 若對封閉式系統(Closed system)的除污，原則上單一步驟的可以降低二次廢棄物的量。
2. 本研究羅列出各式重要的除污技術及減容技術，並分析其應用範圍及其優缺點，各種技術都非完美，以上資料可供審查時參考，並加強量測及監控，可以有效地使廢棄物最小化。
3. 每一種技術皆有其優缺點，先對待除污物件進行詳細了解後，做清楚的分類，可結合多項技術，執行時作是當的屏蔽，以安全為前提，並評估其經濟效益及對環境的衝擊，達到最佳的廢棄物處理效果。

第五章 建議

根據以上的研究結果，大致上對我國核能電廠除役因應之管制有

以下幾點建議：

1. 除役的過程中，無論是除污或減容，盡量減少人員的曝露，所有的技術選擇應以安全性做為首要考量，同時需了解及估計二次廢棄物的來源及量，並評估其後續處理的方式。
2. 放射性廢棄物最小化是除役過程中優化管理的最終目標，由前述的數據中顯示，除役過程所會產生大量的廢棄物，且極低放射性之廢棄物之量遠佔了大部份，因為空間非常有限，若將所有的廢棄物皆送至處置場處置，較為不實際，建議須藉由評估計算，選擇最適當的除污方式，並加以減容處理，將可達到限制性釋放的材料轉至其他相關產業再利用，大部分的金屬及混凝土經除污後，通常可以再利用，因此經由精密的量測及嚴格的管控可清潔外釋，使其達到廢棄物最小化。
3. 若能將廢棄物進行再利用回收，肯定需要經過分類及除污的程序，經精密的量測後，符合法規標準，成為限制或非限制的可再循環利用之材料，若為核電廠所使用的限制性再利用，在法規允許的標準下可以執行，但在非限制的在另用下，必

須要嚴格遵循清潔解除控制的法規，並考量技術的可行性並評估相關成本，當然也要考慮公眾及社會的接受性，如此可有效的達到廢棄物最小化的目標。

參考文獻

1. Boing, L.E., Decontamination Technologies, Argonne National Laborator, Decommissioning Program.
2. Costes, J.R., Automatic Decontamination form spray device: Application to G2 and G3 reactors at Marcoule, Nuclear Installations, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1995) 368-369.
3. Guthrie, W.S., Foam Technology as a Decontamination/Waste Minimization Tool, Environmental Remediation Conference, Georgia, 24-28 Oct. 1993.
4. Ishigure, K., Safety research for the disposal of radioactive waste generated by decommissioning of nuclear power facilities, Japan Radioisotope Association. (2010)
5. Kinnunen, P., ANTIOXI Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments, VTTR0029908. (2008)
6. IAEA, Boing, L.E., Decommissioning of Nuclear Facilities Decommissioning of Nuclear Facilities Decontamination Technologies, IAEA (2006)
7. Vincent, M., Decontamination for decommissioning Decontamination of buildings and concrete, CEN
8. Woollan, P., Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, Proceeding of an International Conference, Athens, 11-15 Dec. 2006.
9. IAEA, Minimization and segregation of radioactive waste, IAEA-TECDOC-652 (1992)
10. IAEA, New Methods and Techniques for Decontamination of in Maintenance or Decommissioning Operations, Results of a co-ordinated research programme, IAEA-TECDOC-1022. (1994-1998)
11. IAEA. Minimization of radioactive waste from nuclear power plants and the back end of the nuclear fuel cycle , IAEA Technical Report Series No. 377 Vienna: IAEA (1995).

12. IAEA, The Principles of Radioactive Waste Management , IAEA Safety Series No. 111-F Vienna: IAEA (1995).
13. IAEA, State of the Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, Facilities, Technical Reports Series No. 395, IAEA, Vienna (1999).
14. IAEA, Methods For The Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities, 2001
15. IAEA. *An overview of stakeholder involvement in decommissioning*. IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.5. (2009)
16. IAEA. Power Reactor Information System web site. <http://www.iaea.org/programmes/a2/> (2012)
17. EPRI, Solid LLW Management Guidelines, TR-104583, (1994)
18. EPRI, Concrete Decontamination Technology Workshop Proceedings, TR-111596. (1998)
19. EPRI, Decommissioning Low Level Waste Management and Reduction Guide, TR-110234. (1999).
20. NEA, Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities, OECD (1999)
21. NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants- Policies, Strategies and Costs, OECD, (2003)
22. DAW and Mixed LLW Processing and Volume Reduction Technologies TR-107331. (1999)
23. WNA (World Nuclear Association). Decommissioning Nuclear Facilities. (2011)
24. Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, WP7, Decommissioning of Nuclear Installations (CND), contract no. 0508855 (FI60). (2009)
25. NUREG-1727 “NMSS Decommissioning Standard Review Plan” ML003761169. (2000)
26. Enserch Inc., Department of Energy Office of Environment

- Restoration. Decommissioning Handbook. DOE/EM-0142P. Washington, D.C., March 1994.
27. Department of Energy's Waste Minimization Program, P.6. DOR/IG-0298, Washington D.C. : U. S. DOE. (1991)
 28. Waste Management Strategy for Dismantling Waste to Reduce Costs for Power Plant Decommissioning – 13543, WM2013 Conference. (2013)
 29. Nuclear Energy Agency of the Organization for the Economic Cooperation and Development, Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Co-Operative Programme for Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installations Decommissioning Projects. (2009).
 30. American Society of Mechanical Engineer (ASME). The Decommissioning Handbook. Chapter 23, ASME, New York. (2004)
 31. 裴晉哲,核能電廠除役廢棄物審查技術之研究，國科會計畫 102FCMA006 (2013)
 32. 陳鴻源，核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用，原能會計畫，A-NS-02 (0970001052) (2008)
 33. 蔣安忠，除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢棄物處理之研究，原能會計畫，103FCMA004 (2014)
 34. 李文鎮，核設施除污技術研究，核能研究所對內報告編號 INER-5263，龍潭，台灣，民國 97 年。
 35. 張國源，核設施除役拆除技術，核能研究所內部報告編號 INER-OM-1114R，龍潭，台灣，民國 96 年。
 36. 邱太銘，“國外核子動力反應器設施除役概況”，行政院原子能委員會核能研究所，民國 100 年。